

*На правах рукописи*

**БЫКОВ**  
**Михаил Анатольевич**

**ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ  
ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ  
ДЛЯ АЭС С РЕАКТОРОМ ВВЭР**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки,  
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

**Автореферат**  
**диссертации на соискание ученой степени**  
**кандидата технических наук**

**САНКТ-ПЕТЕРБУРГ – 2007**

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии "Опытное конструкторское бюро "Гидропресс", г. Подольск, Московской обл.

Научный руководитель:

– доктор техн. наук, член-корр. РАН

*Драгунов Юрий Григорьевич*

Официальные оппоненты:

– доктор техн. наук, с.н.с

*Киселев Аркадий Евгеньевич*

– кандидат хим. наук

*Лукьянов Александр Александрович*

Ведущая организация: *ФГУП "Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "Атомэнергопроект"*.

Защита диссертации состоится 27 марта 2007 г. в 16-00 на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет" по адресу:

195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 29  
в аудитории 411 ПГК

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет".

Автореферат разослан "26" февраля 2007 г.

Отзыв на автореферат, заверенный печатью учреждения, в двух экземплярах просим направить по вышеуказанному адресу на имя ученого секретаря диссертационного совета.

Факс: (812)5521630

E-mail: kg1210@mail.ru

Ученый секретарь  
диссертационного совета



*К.А. Григорьев*

## **Общая характеристика работы**

**Актуальность темы.** Одним из важных вопросов проектирования систем безопасности является взаимосогласованный выбор параметров систем, при которых обеспечивается требуемая производительность и непрерывность их работы. Это объясняется тем, что на работу систем безопасности как активного, так и пассивного действия оказывают сильное влияние обратные связи по параметрам реакторной установки. Особенно это важно для систем пассивного действия. Таким образом, исследование закономерностей в динамике реакторной установки в аварийных режимах и выбора оптимального сочетания параметров пассивных систем безопасности, при которых обеспечивается достаточная производительность и непрерывность действия совокупности систем является актуальной задачей.

**Цель работы** - разработка и внедрение важных для практических приложений научно-обоснованных решений для создания усовершенствованных систем аварийного отвода тепла и подпитки первого контура, оптимизация параметров пассивных систем безопасности нового поколения АЭС с ВВЭР на основе выявленных закономерностей в динамике теплофизических процессов в активной зоне реактора, первом и втором контурах реакторной установки в аварийных режимах.

### **Научная новизна**

1. Впервые для АЭС с ВВЭР обоснован принципиально новый подход к обеспечению теплоотвода от активной зоны реактора в широком спектре аварий с потерей теплоносителя с использованием только пассивных систем безопасности.
2. Впервые для АЭС с ВВЭР выполнена комплексная оптимизация параметров пассивных систем безопасности.
3. Разработаны усовершенствованные технологические схемы систем аварийного отвода тепла и продувки-подпитки первого контура РУ ВВЭР. Новизна предложенных технических решений подтверждена авторскими свидетельствами на изобретения.

**Практическая ценность работы** состоит в уникальности этих исследований и в применении полученных новых знаний при разработке систем безопасности АЭС с ВВЭР. Основные этапы работы выполнялись в рамках проекта АЭС с ВВЭР-640. Этот проект создавался ведущими организациями отечественной атомной энергетики: ОКБ "Гидропресс", РНЦ "Курчатовский Институт", СПбАЭП.

На основе полученных результатов разработан проект пассивных систем безопасности для реакторной установки с ВВЭР-640.

В настоящее время результаты комплексного анализа и оптимизации параметров пассивных систем применяются для АЭС с ВВЭР большой мощности.

### **Автор защищает**

- результаты комплексного анализа проектных решений систем безопасности действующих АЭС и АЭС нового поколения;
- результаты исследований выполненных при выборе взаимосогласованных параметров и обосновании пассивных систем в проектах АЭС нового поколения с реактором средней мощности ВВЭР-640;
- технологические схемы систем.

**Достоверность.** Результаты получены с использованием общепризнанных принципов моделирования теплофизических процессов в реакторных установках с реакторами типа ВВЭР и апробированных расчетных методик, верифицированных на экспериментальных данных и аттестованных Ростехнадзором (ФСЭТАН). Полученные результаты согласуются с современными представлениями о поведении теплогидравлических процессов в реакторных установках с реакторами типа ВВЭР.

**Личный вклад автора.** Автор в течение длительного периода принимал непосредственное участие в работах по разработке и обоснованию проектов реакторных установок с реакторами ВВЭР, выполнял расчетные обоснования, анализ опытных и эксплуатационных данных, участвовал в формировании научно-концептуальных положений для новых проектов АЭС с ВВЭР.

Автор лично участвовал на всех этапах работ по проекту АЭС с ВВЭР-640, положенных в основу диссертации.

**Апробация работы.** Разработанные усовершенствованные технологические схемы систем получили положительное решение при патентной экспертизе и защищены авторскими свидетельствами

Технические решения, разработанные на основе полученных результатов, прошли экспертизу Госатомнадзора России и получена лицензия на сооружение головного энергоблока № 001314 от 31 марта 2004 г.

Основные результаты работы докладывались и обсуждались на национальных и международных научно-технических конференциях семинарах и рабочих встречах, в том числе на: международной конференции "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР" (г. Обнинск 26-29 мая 1998); Второй научно-технической конференции "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР" (г. Подольск 19-23 ноября 2001), Третьей научно-технической конференции "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР" (г. Подольск 26-30 мая 2003), а также на рабочих встречах в Вене в 2003 г. в рамках работ по разработке технических документов МАГАТЕ.

**Структура и объем диссертации.** Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 46 наименований; содержит 113 страниц текста, в том числе 54 рисунков, 11 таблиц.

## КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении показана актуальность выполненных исследований, определены цели и задачи работы, показана научная новизна и практическая значимость полученных результатов.

В первой главе приведена общая постановка задачи исследования, проанализированы современные тенденции в развитии проектов систем безопасности на основе обзора технических решений по всем направлениям развития проектов АЭС с водоохлаждаемыми реакторами корпусного типа.

Представлен обзор проектных решений по пассивным системам отвода тепла от активной зоны реактора и контаймента.

Особый акцент сделан на такие особенности проектов АЭС с пассивными системами безопасности, которые позволяют обеспечить охлаждение активной зоны реактора и отвод тепла от контаймента в условиях полного обесточивания всех систем станции, как при плотном первом контуре, так и при аварии с потерей теплоносителя первого контура.

### Улучшенные проекты АЭС с активными системами

Отвод остаточного тепла обеспечивается во многих «классических» проектах водоохлаждаемых реакторов активными многоканальными системами аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) и охлаждения контаймента.

В этих проектах высокая степень надежности достигается увеличением избыточности, разделением функций, разнообразием и т. д. Поскольку активные системы требуют соответствующего энергообеспечения, готовность таких источников электроэнергии также должна быть улучшена. Однако такое улучшение, усложняет систему и удорожает проект.

Типичным примером улучшенного проекта созданного на базе развития проектов действующих АЭС является также проект EPR (Европейский Энергетический Реактор).

Принципиальные схемы систем безопасности этого проекта созданы на базе логического объединения и развития конфигураций систем безопасности двух проектов N4 и Konvoi.

### Проекты АЭС с водоохлаждаемыми реакторами корпусного типа с пассивными системами

Выполнено сравнение различных систем пассивного отвода остаточного тепла от первого контура и контаймента водоохлаждаемых реакторов и анализ технических решений и характеристик пассивных систем безопасности.

Пассивные системы используют для работы только природные силы, такие как естественная циркуляция и энергию сжатого газа. В этих системах нет активных компонент таких как насосы, вентиляторы, дизели, охладители воды и т. д. Однако, для начала своей работы пассивные системы могут требовать активации некоторого оборудования (клапаны, шиберы).

Конечным поглотителем в этих системах является окружающий воздух; в результате в системах обеспечивающих системы безопасности нет потребности в охлаждающей воде. Отказ от обеспечивающих систем позволяет значительно упростить станцию и снизить капитальные затраты.

Классическая, активная САОЗ и система охлаждения контаймента может быть заменена на:

- охлаждение активной зоны естественной циркуляцией теплоносителя при плотном первом контуре;
- систему охлаждения и подпитки использующую гравитационные силы при нарушенной герметичности первого контура.

Представлен анализ характеристик пассивных систем безопасности и показано, что системы пассивного отвода тепла необходимо проектировать так, чтобы использовать теплообмен при фазовых переходах (кипение или конденсация теплоносителя). Это позволяет получить разумные размеры теплообменной поверхности и системы в целом.

Представлены примеры технических решений реализованных в проектах AP-600, AP-1000, CANDU, KNGR и др.

Выполнен анализ технических решений по отводу тепла из первого контура в авариях с потерей теплоносителя.

Требование обеспечения целостности первого и второго барьеров безопасности, а именно топливной матрицы и оболочки твэл в проектах водоохлаждаемых реакторов реализуется при условии выполнения двух главных условий:

1. Управление состоянием первого контура: активная зона должна быть залита, и остаточное энерговыделение должно отводиться от активной зоны к теплоносителю и из первого контура.
2. Отвод остаточного тепла из контаймента.

Первое условие – это классическое требование восполнения запаса воды в корпусе реактора системой САОЗ.

На основе анализа характерных особенностей всего спектра аварий с потерей теплоносителя и технических решений, используемых в различных проектах АЭС основанных на пассивных принципах, сделаны выводы, что возможно обеспечить подачу воды в первый контур пассивным способом при условии обеспечения устойчивого снижения давления в первом контуре. Это можно реализовать двумя способами:

1. организацией теплоотвода через второй контур;
2. принудительной разгерметизацией первого контура.

**Во второй главе** представлен комплексный анализ систем безопасности и принципы построения систем безопасности АЭС нового поколения.

В процессе разработки проекта реакторной установки В-407 автором предложены схемные решения, новизна которых подтверждена авторскими свидетельствами.

Разработана технологическая схема системы аварийного охлаждения активной зоны, в которой для предварительного подогрева воды в гидроемкости и создания движущего напора используется энергия, аккумулированная в теплоносителе первого контура.

Разработана технологическая схема главного циркуляционного трубопровода, обеспечивающая дренирование гидрозатворов на горячем трубопроводе.

Разработана технологическая схема системы продувки-подпитки первого контура, в которой с целью повышения радиационной безопасности и экономичности энергия сдувок компенсатора объема используется для дегазации теплоносителя первого контура. Существенными отличиями предложенного решения по сравнению с «классическим» являются подключение к емкости для сбора и дегазации теплоносителя трубопровода выхлопа предохранительного клапана и сдувки из компенсатора объема с установкой внутри емкости охладителя и сообщение объема емкости, содержащего дегазированный теплоноситель, через гидрозатвор с буферной емкостью, подключенной на всас насоса подпитки и расположенной ниже уровня воды в емкости для сбора и дегазации теплоносителя.

Взаимосвязь систем в проекте АЭС с ВВЭР-640 показана на примере аварии с малой течью теплоносителя первого контура.

Особенностью этой аварии является то, что уменьшение массы теплоносителя первого контура происходит при весьма длительной стабилизации давления на уровне, близком к значению давления в парогенераторе. Поэтому подача воды от гидроемкостей САОЗ и баков САОЗ возможна только при условии обеспечения снижения давления в первом контуре, например организацией отвода тепла от второго контура через СПОТ и принудительным разуплотнением первого контура. Значительное влияние на динамику снижения давления в первом контуре оказывает также работа ГЕ САОЗ. Причем это влияние в значительной мере зависит от места подключения и от параметров теплоносителя в месте подключения ГЕ САОЗ в момент начала подачи воды.

При средних и больших течах из первого контура, на начальных стадиях аварии, преобладает функция подпитки первого контура с помощью пассивных средств, таких как ГЕ и баки САОЗ. Расхолаживание РУ происходит за счет вывода энергии истекающим теплоносителем под ЗО.

Проектное функционирование и работоспособность пассивных систем безопасности в значительной степени зависят от правильного выбора характеристик пассивных систем. Критерием выбора взаимосогласованных характеристик пассивных систем аварийного охлаждения активной зоны является условие непрерывности действия при передаче функции обеспечения безопасности от системы к системе.

**В главе 3** представлены результаты исследований выполненных при выборе взаимосогласованных параметров и обосновании пассивных сис-

тем в проектах АЭС нового поколения с реактором средней мощности ВВЭР-640.

### **Выбор расчетных кодов и обоснование их применимости для проекта ВВЭР-640**

Выполнены исследования по проверке расчетных корреляций и методик, заложенных для расчета теплоотдачи в программе КАНАЛ, входящей в комплекс ТРАП, и в коде RELAP5/MOD3.2.

Для проверки использовались экспериментальные данные, полученные в ОКБ "Гидропресс" с 1970 по 1986 гг. и опубликованные в различных источниках, а также данные по кризису теплообмена РНЦ КИ, полученные на 7-, 19- и 37-стержневых пучках, а также данные ЭИЛ-ЭНИЦ. Всего для анализа использовалось 795 экспериментальных точек.

Для проверки закризисной теплоотдачи использовались только данные ОКБ "Гидропресс", полученные на 7-стержневых пучках и на кольцевом канале.

### **Результаты расчетов экспериментов по кризису теплоотдачи**

Всего для расчетов использовалось 795 экспериментальных точек по кризису. Сравнение результатов, полученных по программе КАНАЛ, с экспериментом приведено на рис. 1.

Распределение отклонений близко к нормальному Гауссовскому распределению и отклонение среднего значения близко к нулю. Поэтому можно сказать, что 95 % экспериментальных точек попадают в интервал отклонений  $2\sigma = 26,2\%$ .

Сравнение результатов расчета по коду RELAP5/MOD3.2 с экспериментом приведено на рис. 2

Как видно из графиков, критические тепловые потоки, рассчитанные по RELAP/MOD3.2, несколько меньше экспериментальных. Отношение расчетных значений к экспериментальным для всех пучков довольно близко друг к другу и находятся в пределах от 0,778 до 0,894. Как видно из таблицы 1, во всех случаях расчет дает заниженные значения, что говорит о консерватизме расчета. Статистический анализ отклонений для всей выборки (556 точек) показывает, что отклонения довольно равномерно распределяются по обе стороны от среднего значения с  $2\sigma = 0,165$ .

Таблица 1. Средние значения отношений расчетных и экспериментальных критических тепловых потоков по пучкам

Номер пучка	$Q_{RELAP}/Q_{эксп}$	Среднеквадратичное отклонение, $\sigma$
1	0,778	0,132
2	0,894	0,060
3	0,808	0,059
4	0,859	0,081
5	0,870	0,067
1 - 5	0,846	0,079



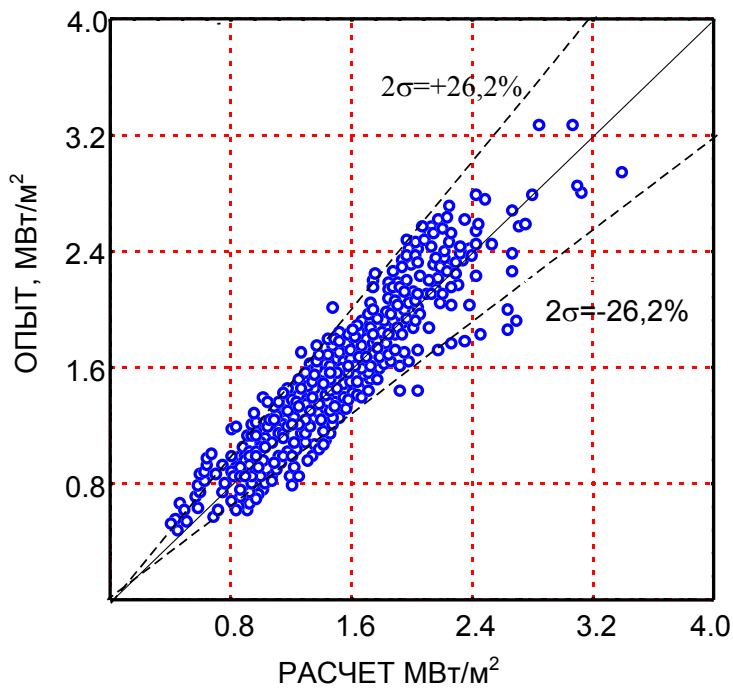


Рис. 1. Сравнение  $q_{кр}$ , рассчитанных по программе КАНАЛ, с экспериментами

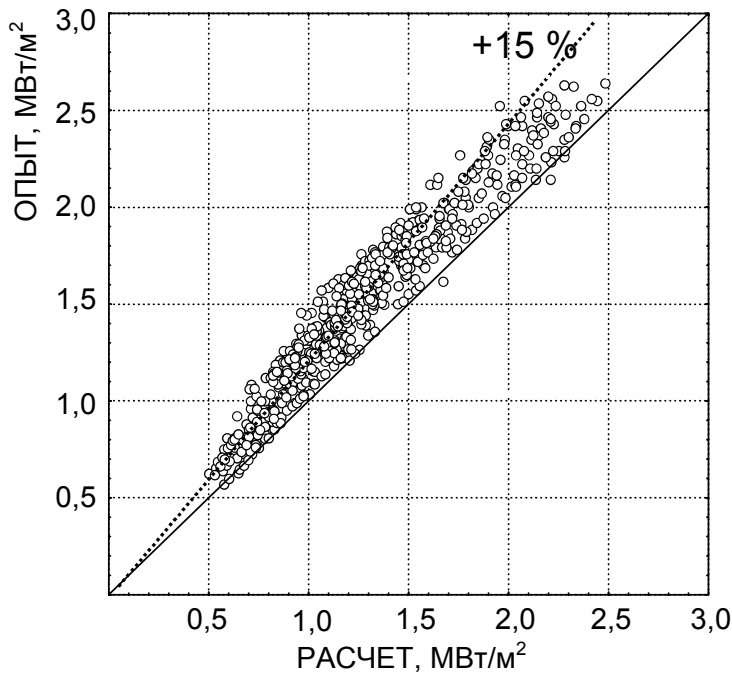


Рис. 2. Сравнение расчетов  $q_{кр}$  по RELAP5/MOD3.2 с экспериментами

Приведенные выше анализы позволяют утверждать, что код RELAP5, используя скелетные таблицы по трубам, удовлетворительно предсказывает кризис теплоотдачи в пучках с геометрией ВВЭР. Занижение расчетного значения от экспериментальных данных ОКБ "Гидропресс" можно объяснить тем, что в коде RELAP5/MOD3.2 табличное значение умножается на коэффициент типа канала. Этот коэффициент равен 1, если канал – труба, и равен 0,8, если канал – пучок стержней. Поскольку экспериментальные данные ОКБ "Гидропресс" получены на пучке с минимальной теплогидравлической неравномерностью, то, возможно, этот коэффициент больше 0,8.

#### **Результаты расчетов экспериментов по закризисной теплоотдаче**

Проведенный анализ экспериментальных данных с помощью кода RELAP/MOD3.2 и модуля КАНАЛ из комплекса ТРАП показал, что в целом эти коды достаточно хорошо описывают режимы, характерные для аварий с течами теплоносителя. В области низких массовых скоростей, при невысоких тепловых потоках и массовых паросодержаниях в конце канала ниже 1,0 RELAP/MOD3.2 не может предсказать ухудшение теплообмена.

#### **Основные методические положения выбора и обоснования параметров пассивных систем безопасности**

Задача выбора параметров САОЗ решается путем исследования динамики изменения локальных и интегральных параметров в реакторе и циркуляционном контуре реакторной установки при разном сочетании гидравлических характеристик соединительных трубопроводов системы, начального давления, объемов воды и газа в ГЕ и высотных отметок расположения баков. Эффективность выполнения системой функции безопасности обеспечивается также путем выявления характерных закономерностей в определяющем спектре аварий и выборе, на основе этого анализа, оптимального способа подачи охлаждающей среды в активную зону, т. е. оптимального выбора мест подсоединения трубопроводов к первому контуру и корпусу реактора.

Определяющими авариями при выборе параметров системы аварийного охлаждения активной зоны являются аварии с потерей теплоносителя из первого контура.

Для выбора параметров САОЗ необходимо решить следующие задачи:

1. определить требования к производительности СПОТ. Предельным и определяющим режимом в этом случае является режим полного обесточивания АЭС. В этом режиме СПОТ ПГ должен обеспечить снижение давления в первом контуре.
2. определить объем и высотные отметки размещения баков атмосферного давления;

3. определить параметры емкостей высокого давления (начальное давление, объем воды и газа) таким образом, чтобы обеспечить переход от емкостей высокого давления к бакам атмосферного давления без перерыва в подаче воды в первый контур;
4. определить уставки срабатывания клапанов системы аварийного разуплотнения первого контура и гидравлические характеристики линий, соединяющих реактор с бассейном выдержки топлива.

Решение поставленных задач выполнялось в два этапа.

**На первом** этапе выполнялись расчетные исследования поведения реакторной установки в режиме полного обесточивания. На основе полученных результатов выбирались характеристики СПОТ, обеспечивающие снижение давления в первом контуре теплоотводом через парогенераторы.

**На втором** этапе выполнялись расчетные исследования поведения реакторной установки при потере теплоносителя из первого контура для всего диапазона течей, на основе которых выбирались параметры САОЗ учтом работы СПОТ с параметрами, выбранными на первом этапе.

### **Выбор и обоснование параметров СПОТ ПГ**

Расчетные исследования выполнены для следующих вариантов:

1. Работа четырех каналов СПОТ, проходное сечение клапана на конденсатном тракте – Ду183;
2. Работа четырех каналов СПОТ, проходное сечение клапана на конденсатном тракте – Ду28;
3. Работа двух каналов СПОТ, проходное сечение клапана на конденсатном трубопроводе – Ду28;

Результаты расчетных исследований для первого варианта представлены на рис. 3-5.

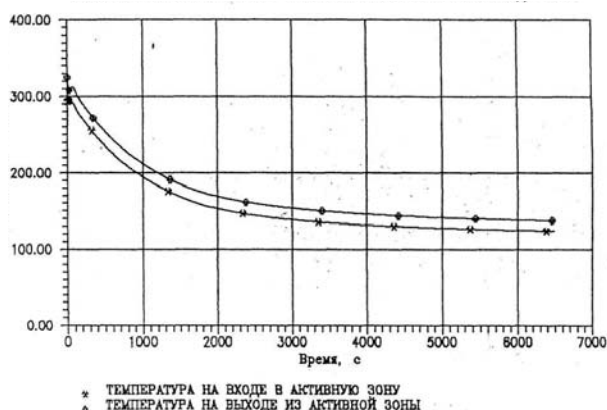


Рис. 3

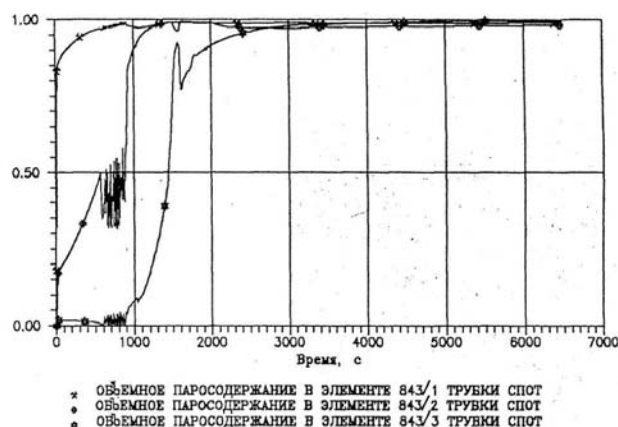


Рис. 4

Анализ динамики изменения температуры теплоносителя на входе и выходе из активной зоны (рис. 3) показывает, что в данном варианте средняя скорость расхолаживания в первые полчаса составляет  $170\text{ }^{\circ}\text{C}$  в час, что больше предельной скорости аварийного расхолаживания.

В этом варианте весь теплообменный пучок заполнен паром (рис. 4), и мощность СПОТ максимальна (рис. 5). На величину скорости расхолаживания влияют такие характеристики СПОТ, как площадь поверхности теплообмена, высотные отметки, проходное сечение трубопроводов и КГС по тракту естественной циркуляции. Площадь поверхности теплообменника СПОТ определяется конечными параметрами, до которых должна быть расхоложена реакторная установка и не может быть уменьшена. Однако эффективная поверхность теплообмена зависит от соотношения между расходом естественной циркуляции и конденсирующей способностью теплообменника. При уменьшении расхода конденсата трубчатка будет заполняться изнутри конденсатом. Заполнение трубчатки конденсатом приводит к снижению эффективной поверхности теплообмена и, следовательно, конденсирующей способности теплообменника. Равновесие наступает в тот момент, когда трубчатка будет заполнена до уровня, при котором конденсирующая способность теплообменника равна расходу конденсата.

По мере снижения давления в парогенераторе уменьшается температурный напор и, как следствие, конденсирующая способность теплообменника СПОТ. При этом уровень конденсата в трубчатке будет уменьшаться, а эффективная поверхность теплообмена, соответственно, увеличиваться.

Таким образом, при выборе согласованных гидравлических характеристик конденсатного тракта, поверхности теплообменника и высотных отметок СПОТ может работать в режиме саморегулирования.

На рис. 6-9 представлены результаты расчетных исследований для режима полного обесточивания при работе 4-х каналов СПОТ для комби-

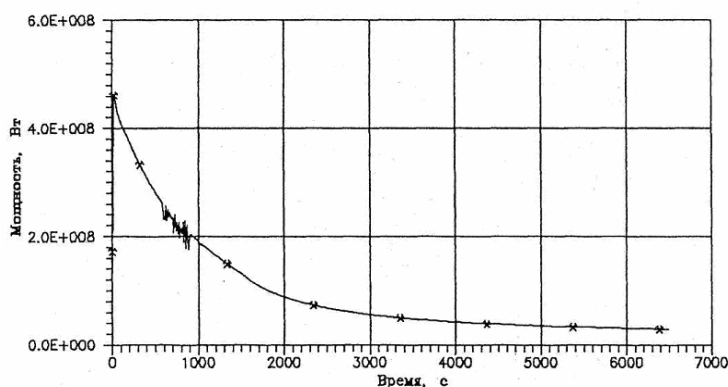


Рис. 5. Мощность СПОТ

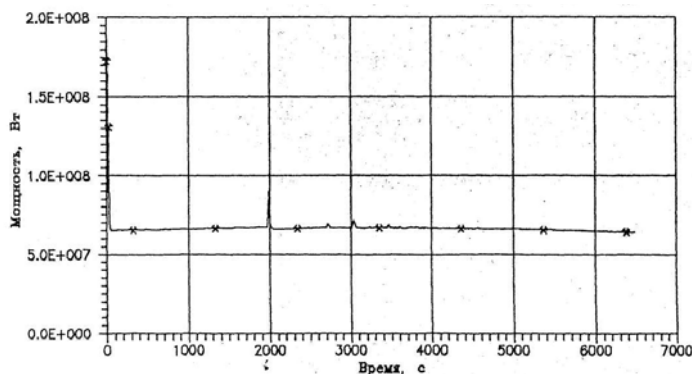
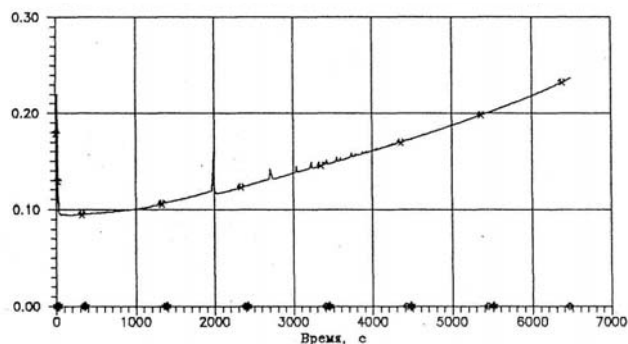


Рис. 6. Мощность СПОТ



\* ОБЪЕМНОЕ ПАРОСОДЕРЖАНИЕ В ЭЛЕМЕНТЕ 823/1 ТРУБКИ СПОТ  
 \* ОБЪЕМНОЕ ПАРОСОДЕРЖАНИЕ В ЭЛЕМЕНТЕ 823/2 ТРУБКИ СПОТ  
 \* ОБЪЕМНОЕ ПАРОСОДЕРЖАНИЕ В ЭЛЕМЕНТЕ 823/3 ТРУБКИ СПОТ

Рис. 7

нированного варианта схемного решения, в котором типоразмеры паропроводов и конденсатных трубопроводов оставлены без изменения, а приемлемая скорость расхолаживания РУ получена изменением проходного сечения клапана в конденсатном тракте до ДУ-28.

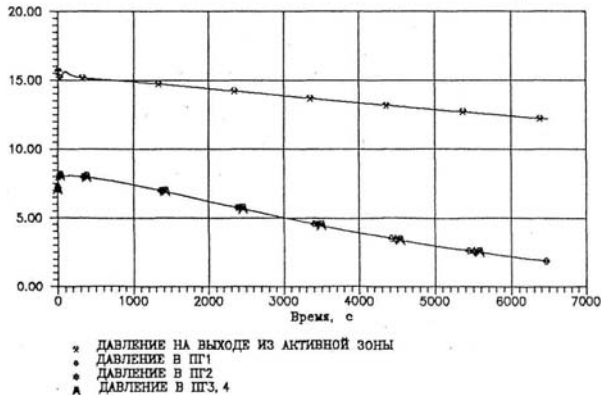


Рис. 8

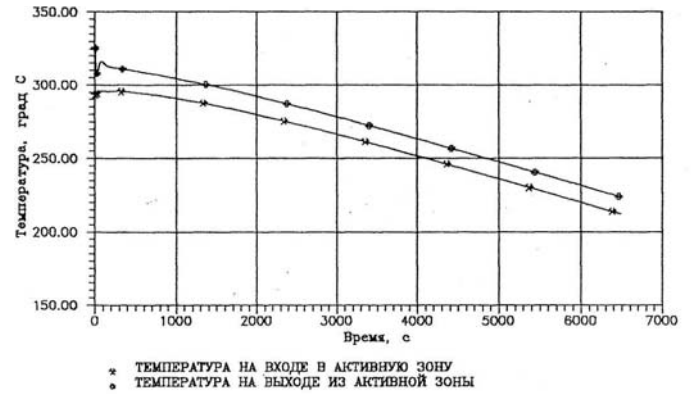


Рис. 9

Эффект саморегулируемости СПОТ хорошо виден из анализа динамики изменения объемного паросодержания по высоте трубного пучка и давления в парогенераторе. При снижении давления в парогенераторе снижается температурный напор, и, следовательно, тепловой поток на стенке трубки СПОТ и конденсирующая способность поверхности теплообменника. По мере уменьшения конденсирующей способности увеличивается объемное паросодержание, следовательно, снижается уровень конденсата в трубчатке. За счет этого эффекта мощность, отводимая всеми каналами СПОТ, практически не зависит от параметров в парогенераторе. Она стабилизируется в диапазоне 80–90 МВт и остается в этом диапазоне в течение всего режима. Расхолаживание реакторной установки происходит со скоростью 60 °С в час.

На рисунках 10-11 представлены результаты расчетных исследований режима полного обесточивания АЭС с отказом двух каналов СПОТ (вари-

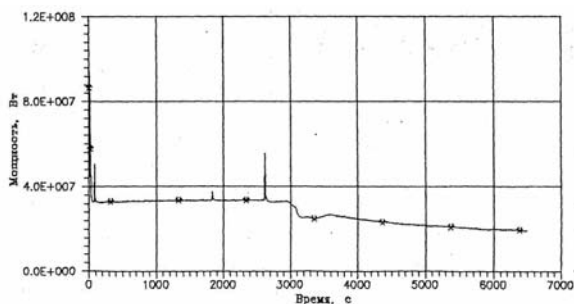


Рис. 10. Мощность СПОТ

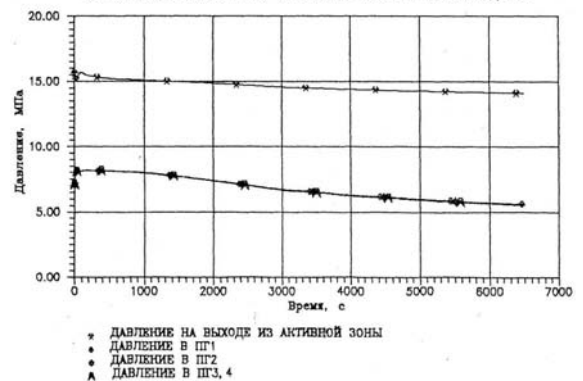


Рис. 11

ант 3).

Мощность, отводимая всеми каналами СПОТ в этом режиме, стабилизируется в диапазоне 40–45 МВт и остается в этом диапазоне в течение всего режима.

Саморегулирование теплоотвода достигается тем, что на трубопроводе отвода конденсата установлена шайба, которая обеспечивает расход конденсата, соответствующий допустимой скорости расхолаживания.

Результаты экспериментальной проверки предложенных технических решений на стенде «СПОТ» ЦКТИ представлены в отчете «Обоснование конструкционных и технологических решений, применяемых в пассивной системе отвода тепла через парогенераторы», Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Солодовников А.С., Молчанов А.В., Семашко С.Е. Труды ЦКТИ, 1997г.

Результаты экспериментов подтвердили основные выводы, сделанные по результатам расчетных исследований. Показано, что принятая конструкция СПОТ устойчива обладает свойством саморегулирования: при изменении внешнего воздействия система стремится приобрести устойчивое состояние за счет изменения  $P$ ,  $GTK$  и уровня теплоносителя в трубках.

**Исследования в обоснование выбора параметров системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ)** выполнялись путем численного моделирования аварийных режимов с потерей теплоносителя из первого контура.

Представлены результаты расчетных исследований выполненных для размеров течей от ДУ 25 до разрыва ГЦТ. Все аварийные режимы исследовались при работе только двух каналов каждой из систем – СПОТ, Баки, Емкости, АБР.

Критерием выполнения требований безопасности принималось требование сохранение целостности первого и второго барьеров безопасности, а именно топливной матрицы и оболочки твэл.

Первоначально, исходя из компоновки блока, выбирались характеристики баков САОЗ и их линий связи с первым контуром.

Исходя из проекта реакторной установки, необходимости заполнения реакторного бассейна и расхолаживания активной зоны в аварийных режимах типа «большая течь» выбраны следующие параметры системы баков САОЗ:

- объем бака 400 м<sup>3</sup>;
- уровень воды в баке 13 м;
- днище бака поднято на 16 м над уровнем входных патрубков реактора;
- баки подключены к напорной камере реактора трубопроводами Ду-250;

- коэффициент гидравлического сопротивления соединения, приведенный к скорости в трубопроводе внутренним диаметром 233 мм, принимается равным 8.

На первом этапе расчетных исследований на основе анализа полученных результатов для аварий типа «большая» и «средняя» течь, в которых учитывалась только работа баков, определялось минимальное значение сечения течи, при котором обеспечивается целостность оболочки твэлов.

В результате показано, что система СПОТ ПГ при «больших» и «средних» течах практически не влияет на результат. Анализ расчетных результатов (рис. 12) первого этапа показывает, что «граничный» размер течи, с точки зрения сохранения целостности оболочек твэлов, находится в интервале между Ду-150 и Ду-300. На основании анализа параметров первого контура и активной зоны в «граничных» режимах выбирались параметры ГЕ САОЗ.

Анализ полученных результатов также показывает, что в режиме с течью ДУ-150 подключение баков, обеспечивающих подпитку первого контура, не происходит. Учет работы СПОТ в этом режиме не дал желаемого результата в связи с недостатком воды в начальный период аварии (рис. 13).

Таким образом, по результатам расчетных исследований выполненных на первом этапе можно сделать следующие выводы:

- В режимах с течью теплоносителя сечением более Ду150 выполнение функции безопасности обеспечивается при подпитке первого контура из баков атмосферного давления. При этом работа дополнительных систем подпитки или принудительного снижения давления в первом контуре не требуется.
- В диапазоне течей ДУ-150 и менее для выполнения функции «Охлаждение активной зоны» требуется работа дополнительных систем обеспечивающих подпитку реактора и снижение давления в первом контуре.

Анализ результатов расчетных исследований начальной стадии аварий с течью теплоносителя первого контура (размер течи ДУ-150 и более) показывает, что нарушение теплоотвода от твэл из-за снижения массы теплоносителя в активной зоне и начинается, когда давление в первом контуре уменьшается до 3,0–2,5 МПа. До этого теплоотвод от активной зоны обеспечивается при интенсивном кипении теплоносителя во всем объеме активной зоны. К моменту, когда давление в первом контуре уменьшается до 4,0 МПа, сборная камера реактора заполнена теплоносителем в виде пароводяной смеси при объемном паросодержании близком к единице. Если в этот период вода из ГЕ начнет впрыскиваться в объем сборной камеры реактора, это приведет к конденсации пара и снижению давления и, следовательно, будет способствовать заполнению реактора водой.

Таким образом, начальное давление в ГЕ принято равным 4,0 МПа.

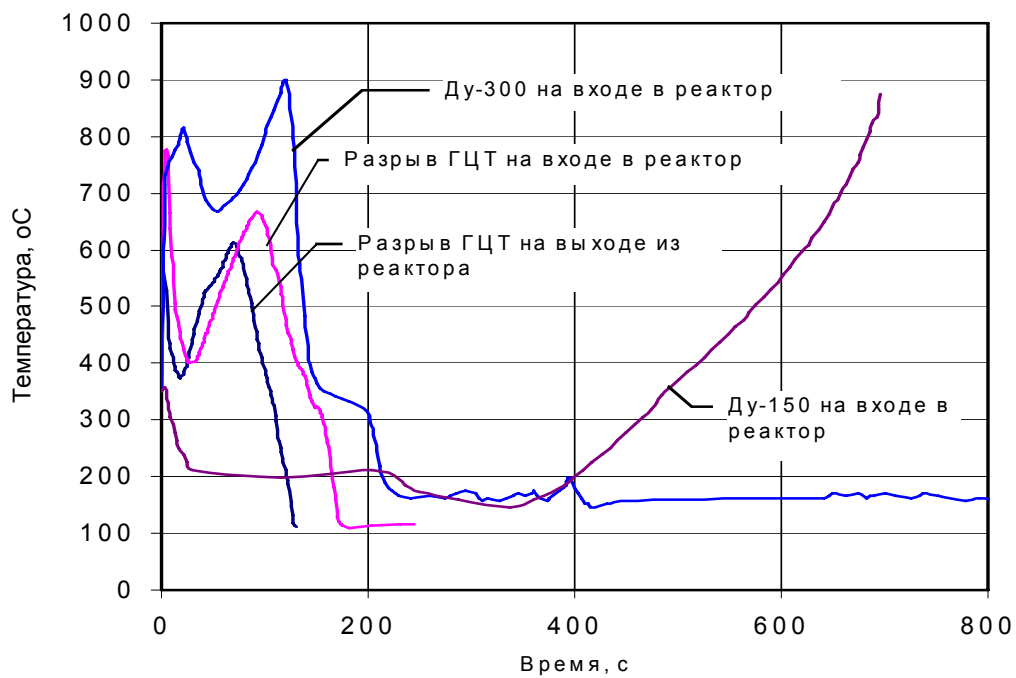


Рис. 12. Максимальная температура оболочки твэл в режимах с большими течениями при работе только баков САОЗ

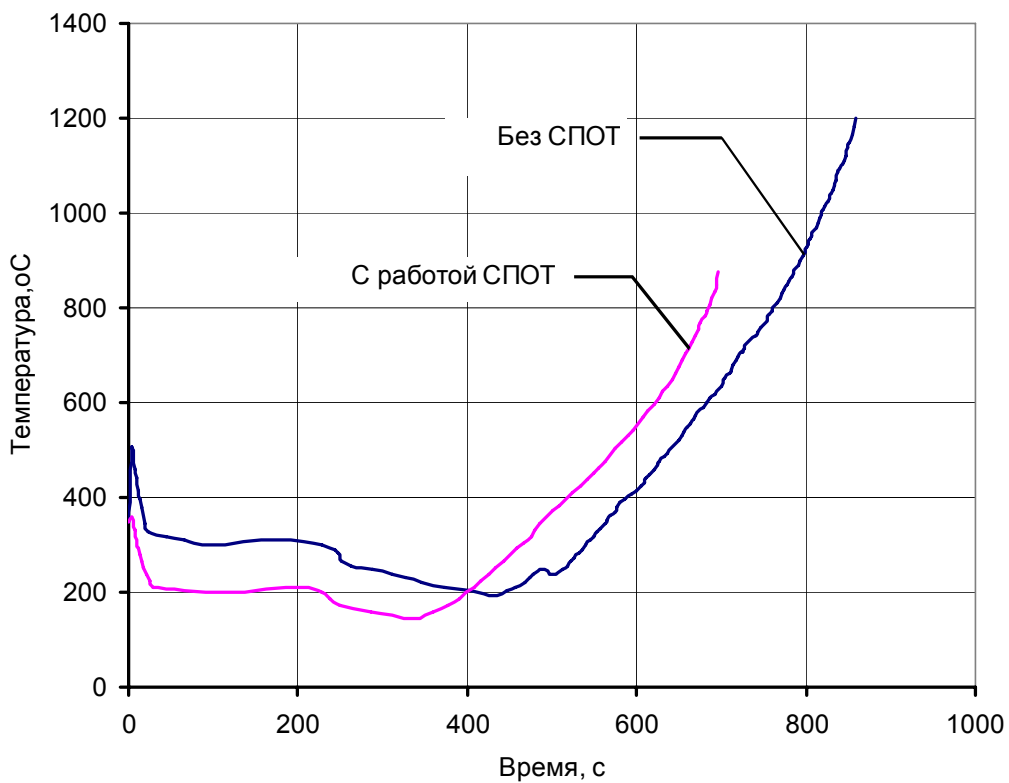


Рис. 13. Влияние СПОТ на максимальную температуру оболочки твэл в режиме с течью Ду-150



Из условия компоновки реакторной установки объем гидроемкости выбран максимально возможным –  $75 \text{ м}^3$ .

Давление открытия клапанов аварийного разуплотнения первого контура принято равным  $0,6 \text{ МПа}$ . Это значение выбиралось таким образом, чтобы подключение баков САОЗ к первому контуру произошло к моменту слива воды из ГЕ.

По результатам вариантных расчетов режимов с течью теплоносителя окончательно выбраны характеристики ГЕ САОЗ:

- объем газовой подушки -  $7 \text{ м}^3$ ,
- размер соединительного трубопровода ГЕ САОЗ и трубопроводов от баков атмосферного давления – Ду150,

Для окончательной проверки правильности и взаимной согласованности выбранных параметров и технических решений по всем системам, выполнены расчетные исследования динамики реакторной установки во всем спектре возможных течей теплоносителя первого контура (рис. 14–18).

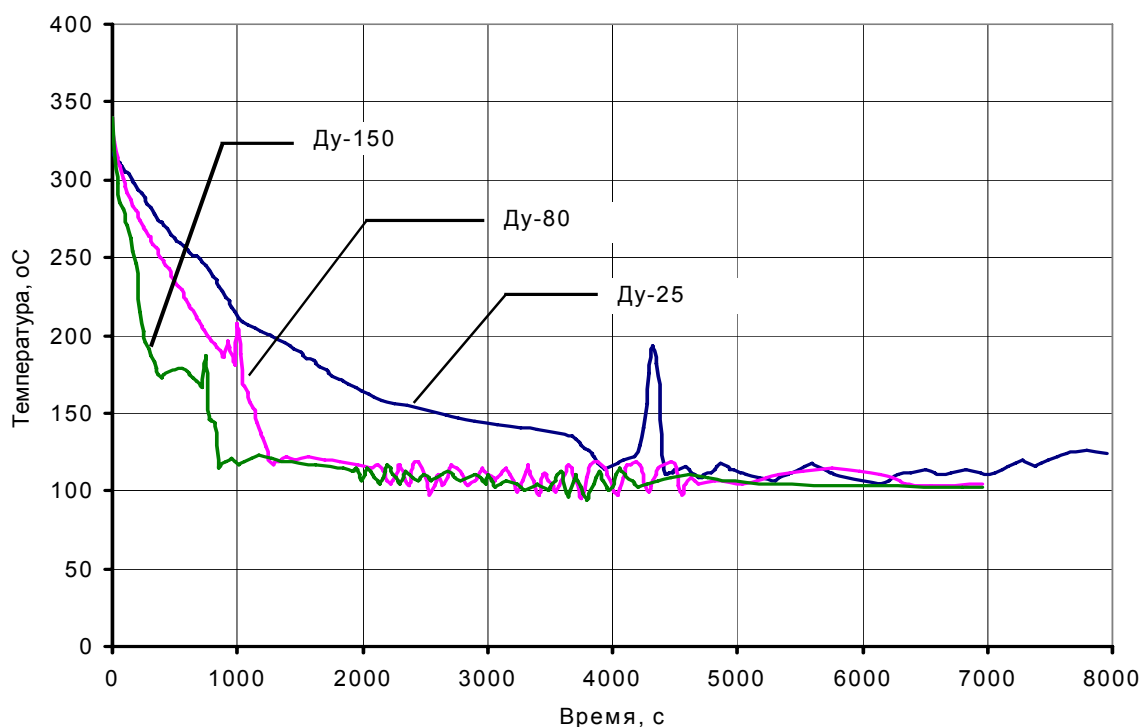


Рис. 14. Максимальная температура оболочки твэл в режимах с течами Ду-25 – Ду-150 при работе всех пассивных систем с выбранными характеристиками

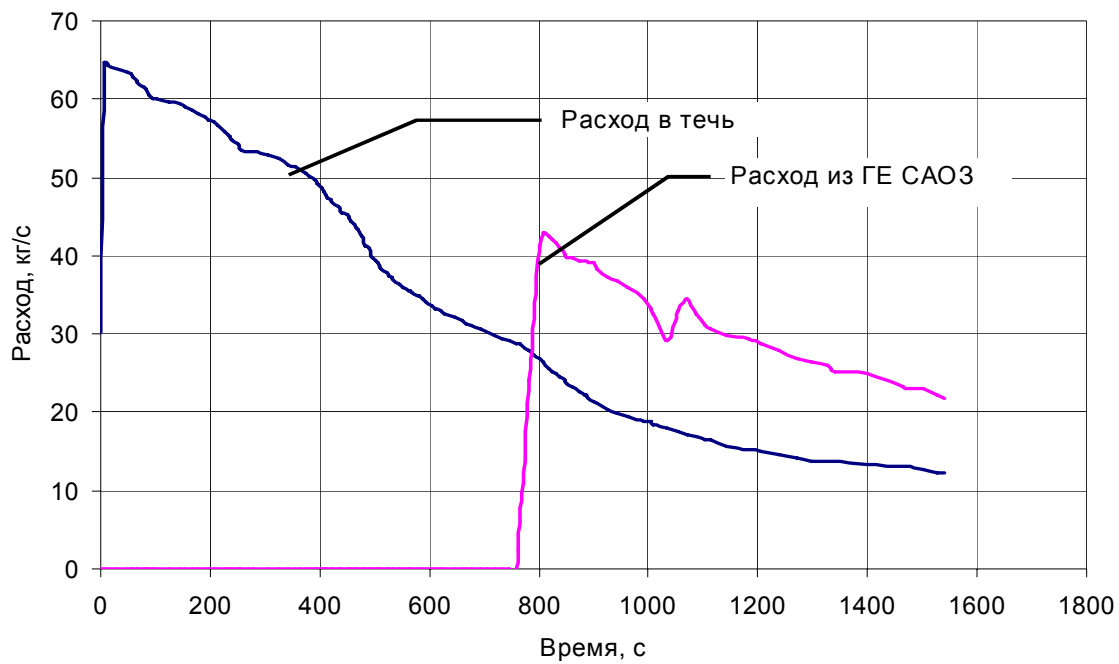


Рис. 15. Расходы в течь и подпитки из САОЗ в режиме течи Ду-25 при работе пассивных систем с выбранными характеристиками

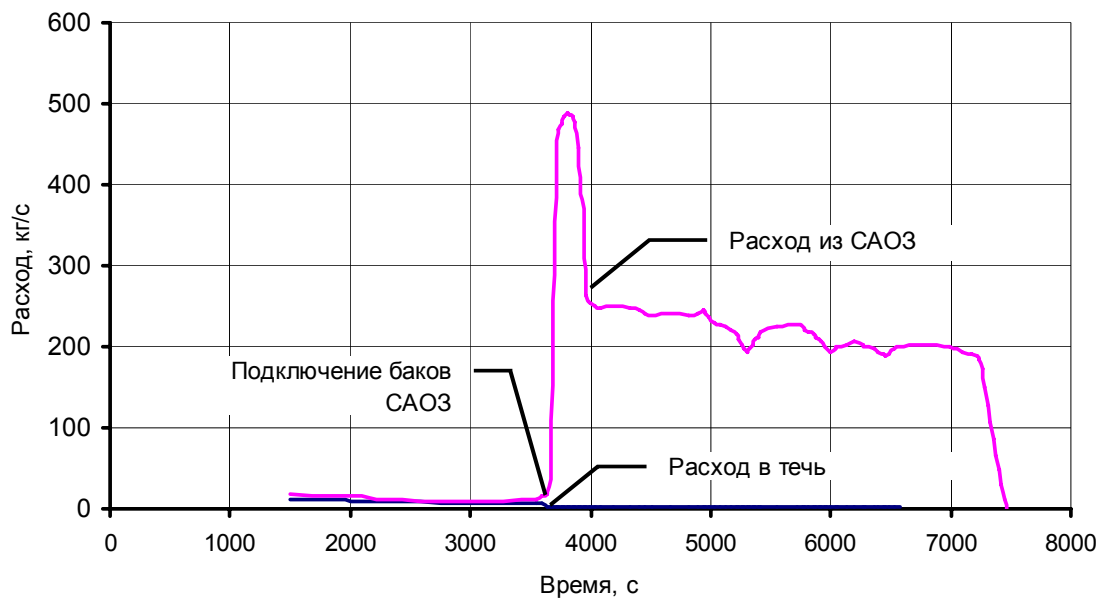


Рис. 16. Расходы в течь и подпитки из САОЗ в режиме течи Ду-25 при работе пассивных систем с выбранными характеристиками

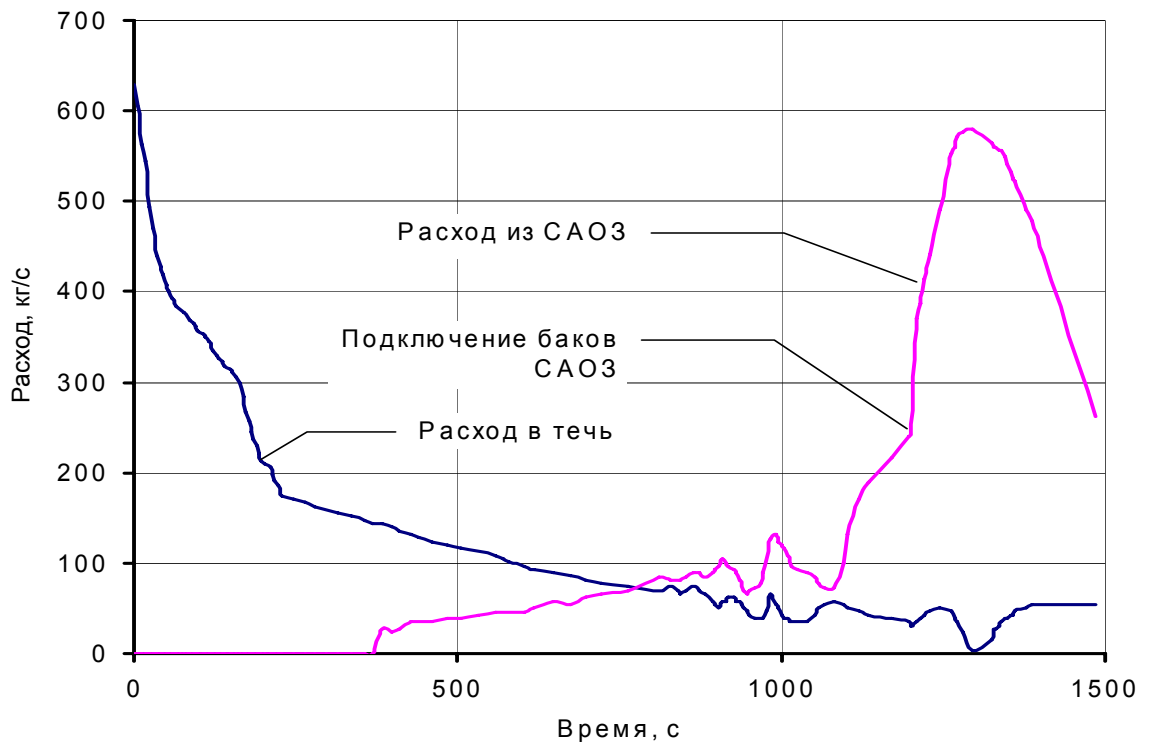


Рис. 17. Расходы в течь и подпитки из САОЗ в режиме течи Ду-80 при работе пассивных систем с выбранными характеристиками

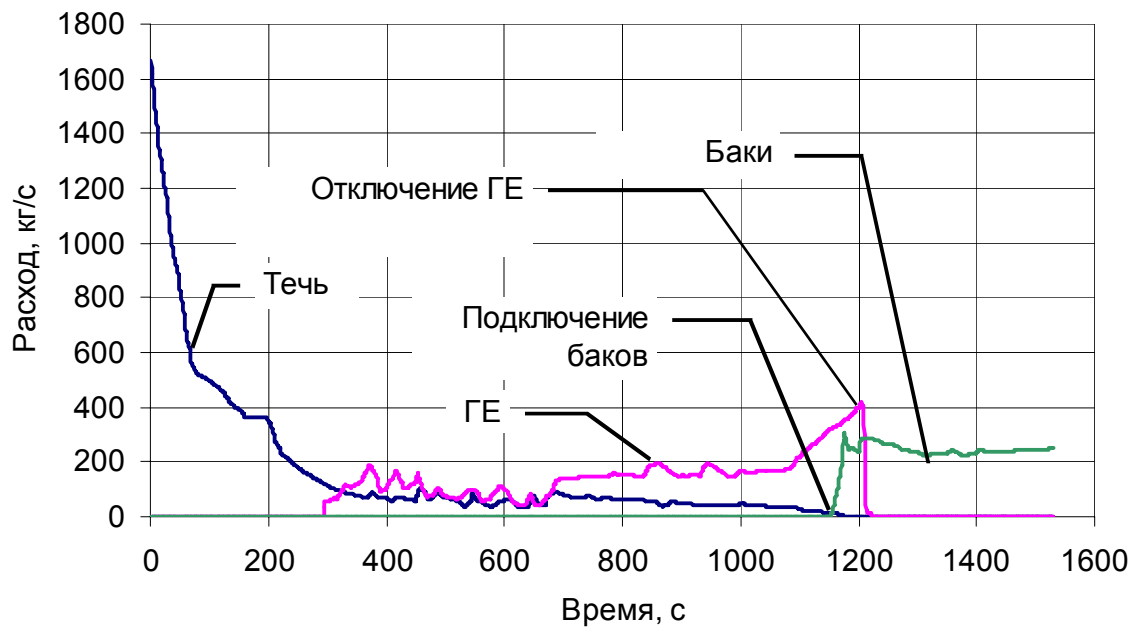


Рис. 18. Расходы в течь и подпитки из САОЗ в режиме течи Ду-150 при работе пассивных систем с выбранными характеристиками

Анализ полученных результатов расчетных исследований показывает, что при выбранных взаимосогласованных характеристиках всех пассивных систем обеспечивается непрерывность функции подпитки первого контура. Обоснована возможность построения систем безопасности на пассивном принципе обеспечивающих теплоотвод от активной зоны реактора в авариях с потерей теплоносителя первого контура, при этом температура оболочки ТВЭЛ не превышает установленных для данного проекта критериальных значений.

Таким образом, задача выбора взаимосогласованных параметров и обоснования пассивных систем для проекта ВВЭР-640 решена.

**Глава 4** посвящена анализу экономических характеристик АЭС нового поколения.

Сравнение экономических показателей АЭС с ВВЭР с пассивными системами безопасности и классического проекта представлено по материалам проектного технико-экономического обоснования проектов АЭС с ВВЭР-640 и с последнего варианта АЭС средней мощности с ВВЭР 440/500. Показано, что создание проекта АЭС на основе пассивных принципов построения систем безопасности дает возможность значительного сокращения материальных затрат при строительстве АЭС за счет уменьшения оборудования.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Выполнен анализ современных тенденций в развитии проектов систем безопасности проектов АЭС с водоохлаждаемыми реакторами корпусного типа.

Показано, что имеют место три основных направления:

- I. совершенствование и оптимизация «классических» схем АЭС;
- II. разработка систем на основе активных и пассивных элементов;
- III. создание проектов нового поколения на основе только пассивных принципов построения систем безопасности.

Показано, что при использовании только пассивных принципов построения систем безопасности, располагаемые движущие силы, обеспечивающие циркуляцию теплоносителя через активную зону и аварийную подачу в первый контур воды, ограничены располагаемыми высотными отметками и разницей температур теплоносителя и конечного поглотителя тепла, поэтому определяющим фактором при проектировании пассивных систем безопасности является взаимосогласованный выбор характеристик.

2. Разработаны усовершенствованные схемные решения по системам АЭС с ВВЭР-640. Новизна этих решений подтверждена авторскими свидетельствами.

3. Выявлены характерные закономерности в динамике изменения локальных параметров в активной зоне реактора и интегральных параметров в первом контуре в определяющих аварийных режимах.

4. В результате выполненных расчетных исследований режима с полным обесточиванием АЭС показано, что при соответствующем соотношении пропускной способности тракта, поверхности теплообменника и высотных отметок СПОТ может работать в режиме саморегулирования. Определены характеристики СПОТ, при которых обеспечивается заданная скорость расхолаживания.

Принципиальная возможность реализации режима саморегулирования СПОТ подтверждена экспериментами на стенде «СПОТ» ЦКТИ.

5. В результате расчетных исследований спектра аварийных режимов с течью теплоносителя первого контура определено оптимальное сочетание характеристик пассивных систем аварийного охлаждения активной зоны, выбраны и обоснованы основные схемные решения и параметры пассивных систем безопасности на примере АЭС с реактором средней мощности ВВЭР-640.

Обоснована возможность построения систем безопасности на пассивных принципах обеспечивающих теплоотвод от активной зоны реактора в авариях с потерей теплоносителя первого контура, при этом температура оболочки ТВЭЛ не превышает установленных для данного проекта критериев значений.

6. Выполненный экономический анализ предложенных и внедренных в проект систем безопасности показал существенный выигрыш по сравнению с известными техническими решениями, благодаря улучшению массогабаритных показателей, снижению металлоемкости и соответственно финансовых затрат.

#### **СПИСОК РАБОТ, ОПУБЛИКОВАННЫХ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ**

1. А. с. 1285991 СССР. Ядерная энергетическая установка / М.А. Быков, Г.Г. Бессалов, Г.М. Полуянович. Государственный комитет по изобретениям и открытиям при ГКНТ СССР 21.12.1984.
2. А. с. 1695766 СССР. Система продувки-подпитки первого контура энергетического ректора / М.А. Быков, А.В. Молчанов, В.Ф. Ермолаев и др. Государственный комитет по изобретениям и открытиям при ГКНТ СССР 29.11.1989.
3. А. с. 1618175 СССР. Система аварийного охлаждения активной зоны водо-водяного реактора / М.А. Быков, Ю.Н. Максимов, Г.М. Полуянович и др. 1989.
4. Заявка № 93-041194/25/040830 о выдаче патента на изобретение «Система пассивного отвода тепла ядерного реактора» Государственный комитет по изобретениям и открытиям при ГКНТ СССР 13.08.1992.

5. Общая концепция безопасности АЭС с ВВЭР-640 / М.А. Быков, А.В. Молчанов, В.А. Горбаев, В.Ф. Ермолаев, В.В. Безлепкин, М.А. Карасева // Теплоэнергетика. 1995. № 12. С. 7-12.
6. Анализ экспериментальных данных по кризису и закризисной теплоотдаче с помощью расчетных кодов ТРАП и RELAP5/MOD3.2 / М.А. Быков, В.И. Щеколдин, С.И. Зайцев, Ю.А. Безруков // Тр. междунар. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР". Том 1, Обнинск, 1998. С. 295–303.
7. Быков М.А., Пономаренко Г.Л., Подшибякин А.К. Моделирование энергораспределения в активной зоне ВВЭР для анализа безопасности // Атомная энергия, том 94, вып. 5, 2003. С. 339–344.
8. Моделирование аварийных последовательностей в ВАБ для стояночных режимов / М.А. Быков, В.Н. Сиряпин, В.П. Шеин, М.Ю. Горохова // 3-я научно-техническая конференция "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", Подольск, 26-30 мая 2003 г., том 3.
9. Быков М.А., Сиряпин В.Н., Цыганков Е.А. Теплогидравлические расчеты для ВАБ 1 уровня // 2-я научно-техническая конференция "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", 19-23 ноября 2001 г., Подольск, ОКБ "Гидропресс".
10. Теплогидравлические расчеты для ВАБ первого уровня / М.А. Быков, Е.А. Лисенков, В.Н. Левин, Т.М. Лепешонкова, В.Н. Сиряпин // 3-я научно-техническая конференция "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", Подольск, 26-30 мая 2003 г., том 3. С. 169–175.
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applicability of Computer Codes for Safety Analysis of New Fuels for WWER Reactors, M. Bykov, J. Misak and others, TECDOC, IAEA, Vienna 2003.
12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, computational analysis of fuel behaviour under accident conditions, C. M. Allison, M. Bykov and others, TECDOC, IAEA, Vienna 2003.